

19



OFICINA ESPAÑOLA DE
PATENTES Y MARCAS

ESPAÑA



11 Número de publicación: **2 640 792**

51 Int. Cl.:

G21C 17/00 (2006.01)

G21D 3/04 (2006.01)

G21D 3/00 (2006.01)

12

TRADUCCIÓN DE PATENTE EUROPEA

T3

86 Fecha de presentación y número de la solicitud internacional: **23.11.2011 PCT/US2011/061987**

87 Fecha y número de publicación internacional: **31.05.2012 WO12071483**

96 Fecha de presentación y número de la solicitud europea: **23.11.2011 E 11842764 (0)**

97 Fecha y número de publicación de la concesión europea: **21.06.2017 EP 2643781**

54 Título: **Modelo de evaluación de LOCA de espectro completo y metodología de análisis**

30 Prioridad:

23.11.2010 US 416371 P

45 Fecha de publicación y mención en BOPI de la traducción de la patente:

06.11.2017

73 Titular/es:

**WESTINGHOUSE ELECTRIC COMPANY LLC
(100.0%)**

**1000 Westinghouse Drive
Cranberry Township, Pennsylvania 16066, US**

72 Inventor/es:

**FREPOLI, CESARE y
OHKAWA, KATSUHIRO**

74 Agente/Representante:

CARPINTERO LÓPEZ, Mario

ES 2 640 792 T3

Aviso: En el plazo de nueve meses a contar desde la fecha de publicación en el Boletín Europeo de Patentes, de la mención de concesión de la patente europea, cualquier persona podrá oponerse ante la Oficina Europea de Patentes a la patente concedida. La oposición deberá formularse por escrito y estar motivada; sólo se considerará como formulada una vez que se haya realizado el pago de la tasa de oposición (art. 99.1 del Convenio sobre Concesión de Patentes Europeas).

DESCRIPCIÓN

Modelo de evaluación de LOCA de espectro completo y metodología de análisis

Antecedentes de la invención

Campo de la invención

5 Esta invención se refiere, en general, a los reactores nucleares de agua ligera y más específicamente, a sistemas y procedimientos de cálculo automatizados para realizar un análisis de seguridad en los reactores de agua a presión (PWR) de conformidad con la norma 10 CFR 50.46, tal como, un accidente con pérdida de refrigerante (LOCA) postulado.

Antecedentes de la invención

10 En general, el análisis de datos de seguridad se usa en la evaluación y gestión de diversas cuestiones relacionadas con el funcionamiento de los reactores nucleares de agua ligera en las centrales nucleares comerciales. Se conocen en la técnica diversos sistemas y procedimientos para realizar los análisis de seguridad en los PWR de conformidad con la norma 10 CFR 50.46. Por ejemplo, existen sistemas y procedimientos conocidos para analizar los accidentes con pérdida de refrigerante (LOCA) de roturas grandes y roturas pequeñas postulados.

15 En cumplimiento de la norma 10 CFR 50.46, los accidentes LOCA de roturas grandes y roturas pequeñas postulados se analizan para mostrar que el sistema de refrigeración de emergencia del núcleo (ECCS) de los PWR satisfacen los criterios de aceptación del diseño general. En la industria nuclear, específicamente, en los Estados Unidos, estos tipos de análisis de seguridad se realizan usando diferentes modelos de evaluación. Por ejemplo, se usa un enfoque conservador y determinista para analizar los LOCA de roturas pequeñas y se usa un procedimiento de mejor estimación más incertidumbre (BEPU) para analizar los LOCA de roturas grandes. Es típico no analizar las roturas intermedias porque no se consideran limitantes basándose en argumentos de ingeniería simplistas de análisis.

20 En la técnica se desea desarrollar unos sistemas y procedimientos de cálculo automatizados que sean capaces de realizar un análisis de seguridad en los PWR de los LOCA para un espectro completo de tipos y tamaños de roturas, que incluye roturas grandes, roturas intermedias y roturas pequeñas.

Sumario de la invención

Estas y otras necesidades se satisfacen por la presente invención, que se dirige a un sistema y procedimiento de cálculo para realizar un análisis de seguridad de un accidente con pérdida de refrigerante en un reactor nuclear.

30 En un aspecto, la presente invención proporciona un sistema de cálculo para realizar un análisis de seguridad de un accidente con pérdida de refrigerante postulado en un reactor nuclear de acuerdo con la reivindicación 1.

En otro aspecto, la presente invención proporciona un procedimiento de cálculo para el análisis de seguridad de un accidente con pérdida de refrigerante postulado en un reactor nuclear de acuerdo con la reivindicación 8.

Breve descripción de los dibujos

35 Puede obtenerse una comprensión completa de la invención a partir de la siguiente descripción de las realizaciones preferidas cuando se lean junto con los dibujos adjuntos en los que:

Cada una de la figura 1 y la figura 2 es un histograma para la incertidumbre en un periodo de sub-refrigerado monofásico (CD1) y en un periodo de vapor monofásico y saturado bifásico (CD2), de acuerdo con una realización de la presente invención.

40 Cada una de las figuras 3 y 4 muestra una función de distribución acumulativa (CDF) que corresponde a la figura 1 y a la figura 2, respectivamente, de acuerdo con una realización de la presente invención.

La figura 5 es un diagrama de flujo de un procedimiento para modelar e implementar un sistema de cálculo para analizar los LOCA postulados de espectro completo, de acuerdo con una realización de la presente invención.

La figura 6 es una representación gráfica del efecto del tamaño de muestra en el predictor de PCT y el intervalo de tolerancia para la Región II, de acuerdo con una realización de la presente invención.

Descripción detallada de la invención

Los sistemas y procedimientos de cálculo de la presente invención incluyen una herramienta de software diseñada para modelar y analizar los accidentes con pérdida de refrigerante (LOCA) postulados de acuerdo con la norma 10 CFR 50.46.

50 La presente invención permite la aplicación de un enfoque de mejor estimación más incertidumbre a un espectro completo de tamaños de rotura que incluye roturas grandes, roturas intermedias y roturas pequeñas para los LOCA postulados en un PWR. Además, se proporciona el modelado y el análisis de los LOCA de roturas grandes, roturas

intermedias y roturas pequeñas postulados con un solo código informático y un solo modelo de entrada debidamente validado contra unos datos experimentales relevantes. Las incertidumbres de los modelos de entrada y físico se combinan siguiendo un procedimiento de muestreo aleatorio, por ejemplo, un enfoque Monte Carlo directo (ASTRUM-FS) y se utilizan unos procedimientos estadísticos avanzados para demostrar el cumplimiento de los criterios de la norma 10 CFR 50.46.

Un escenario LOCA postulado se inicia por una ruptura instantánea de una tubería del sistema de refrigerante del reactor (RCS). El tipo de rotura considerado es o (i) una rotura en doble guillotina definida como una separación completa de la tubería que da como resultado un flujo sin obstáculos desde cualquier extremo o (ii) una fisura definida como un desgarre parcial. El tamaño de rotura considerado en esta invención incluye cualquier tamaño de rotura de tal manera que el flujo de rotura esté más allá de la capacidad de las bombas de carga normales hasta e incluyendo una rotura en doble guillotina con un área de flujo de rotura de dos veces el área de tubería. Por lo tanto, los sistemas y los procedimientos de cálculo descritos son capaces de modelar y analizar un espectro de tamaños de rotura, tales como los tamaños de rotura intermedios, que normalmente no se analizan en los modelos de evaluación conocidos.

Los datos específicos de la planta, tales como la geometría del modelo de reactor, el historial de potencia, y las propiedades de los materiales, se usan como entradas para resolver diversos cálculos. Estas entradas son únicas para un reactor nuclear específico que se está analizando. Esta invención es aplicable a los reactores nucleares de agua ligera, tales como los reactores de agua a presión ("PWR") y a los reactores de agua en ebullición ("BWR"), y es completamente adaptable a diversos diseños de reactor nuclear de agua ligera y no limitada basándose en un diseño de reactor nuclear específico.

Un modelo de evaluación LOCA de espectro completo (FSLOCA EM) se ha desarrollado de acuerdo con y fiel a la Guía de regulación nuclear 1.203, al desarrollo del modelo de evaluación y al procedimiento de evaluación. En general, las guías de regulación describen unos procedimientos que la Comisión reguladora nuclear (NRC) considera aceptables para su uso en el desarrollo y la evaluación de los modelos de evaluación que pueden usarse para analizar el comportamiento transitorio y accidental que está dentro de la base del diseño de una central nuclear. El procedimiento para desarrollar un modelo de evaluación se inicia normalmente identificando los requisitos funcionales del modelo de evaluación que satisfacen su finalidad. Para proporcionar el enfoque y el equilibrio adecuados al procedimiento de desarrollo, puede emplearse una tabla de identificación y de clasificación del fenómeno (PIRT). La PIRT identifica y clasifica los fenómenos importantes a simular en el modelo de evaluación. El uso de la PIRT se basa en la opinión de expertos y en el juicio de ingeniería sobre el escenario que necesita que se modele.

El modelo de evaluación se incorpora en un sistema o código de cálculo y el código se valida con unas pruebas de efecto separadas (SET) y unas pruebas de efecto integrales (IET) que simulan fenómenos LOCA relevantes. Los fines de evaluar el código contra las SET y las IET son: 1) confirmar la adecuación de las capacidades del modelo de evaluación al modelar el escenario para el que se ha diseñado y 2) evaluar el sesgo y las incertidumbres de los parámetros clave del modelo para permitir la cuantificación de la incertidumbre total para realizar un análisis de mejor estimación más incertidumbre. El segundo fin se logra caracterizando el sesgo y la incertidumbre asociados con los parámetros que controlan los fenómenos importantes y obteniendo las funciones de densidad de probabilidad (PDF) asociadas con dichos parámetros. Sin embargo, para algunos modelos de evaluación, puede usarse un sesgo conservador para reducir los riesgos de licenciamiento.

Las PDF o funciones de distribución acumulativa (CDF) se generan comparando las predicciones de código de las SET contra los datos. En una realización, se utiliza un procedimiento para determinar el sesgo y la incertidumbre (y las CDF) para un modelo de flujo crítico. La evaluación del modelo de flujo de rotura incluye un gran número de puntos de datos de diversas geometrías que se usan para determinar el sesgo y la incertidumbre asociados con la predicción del modelo de flujo crítico usado en el código. Se obtiene la relación entre el valor medido y el valor predicho. Esta relación se denomina coeficiente de descarga (CD). El CD es la corrección (o el multiplicador) que se aplica a los resultados del código para corregir el sesgo observado en un punto de datos específico en relación con el valor medido. La aplicación del coeficiente de descarga se logra modificando el área de flujo de rotura.

Dos parámetros de incertidumbre se consideran en el código: i) la incertidumbre durante el período de sub-refrigeración monofásico, es decir, CD1 y ii) la incertidumbre durante el período de vapor monofásico y saturado bifásico, es decir, CD2. Se seleccionan el tipo de rotura y el área de rotura, y la incertidumbre en el modelo de flujo de rotura se trata muestreando independientemente un valor para CD1 y CD2 de sus respectivas distribuciones (PDF). En una realización, las distribuciones para CD1 y CD2 se caracterizan por el siguiente sesgo y desviación convencional.

	<u>Sesgo</u>	<u>Desviación convencional</u>
CD1 (-0,043 ≤ Calidad ≤ 0)	9,2 %	19,6 %
CD2 (0 < Calidad ≤ 1,0)	26,8 %	31,1 %

Las figuras 1 y 2 muestran los histogramas (o PDF) para CD1 y CD2. Como se muestra en las figuras 1 y 2, la prueba de normalidad de Anderson-Darling no pudo demostrar que la distribución fuese normal para CD1 o CD2. Por lo tanto, se usa la distribución real que resulta de la evaluación del modelo de evaluación. Se usarán los CDF empíricos para los multiplicadores donde el factor multiplicativo aplicado al modelo de flujo de rotura es $CD = 1 + \text{Error}$. Las CDF correspondientes a las figuras 1 y 2 se muestran en las figuras 3 y 4, respectivamente.

Un procedimiento similar se desarrolla para los otros atributos de incertidumbre (por ejemplo, la transferencia de calor del núcleo). Los detalles pueden ser diferentes y pueden depender del parámetro específico, que se extrae de los datos y los resultados de la simulación de las pruebas correspondientes que generan los datos. El fin general es obtener la distribución del factor de corrección que una vez se aplicó a la solución del código.

En una realización, hay más de 40 atributos de incertidumbre. El número de atributos puede depender de la aplicación específica y del diseño específico del reactor nuclear.

En una realización, el modelo puede perder-predecir los datos en una medida moderada. Por ejemplo, el error o sesgo medio del modelo es diferente cuando se considera la región sub-refrigerada monofásica en comparación con la región saturada bifásica. Como se ha mostrado anteriormente, el sesgo es relativamente pequeño (por ejemplo, -9,2 %) en la región sub-refrigerada y es mayor (por ejemplo, -26,8 %) en la región saturada bifásica. Para los fines del análisis de incertidumbre, estos sesgos se representan individualmente. La región sub-refrigerada monofásica predice la purga inicial y la despresurización durante un LOCA hasta que se establezca el flujo bifásico en el lazo. Para las roturas pequeñas, la descarga bifásica es significativa durante las etapas posteriores del LOCA cuando la velocidad de ventilación del vapor impacta en la liberación de energía del sistema de refrigerante del reactor (RCS) y, por lo tanto, la presión del sistema durante un período de tiempo más largo. La temporización de eventos tales como el descargo de sello del lazo, la velocidad de despresurización durante el periodo de evaporación y la descarga del acumulador están afectadas, por ejemplo, por el flujo de rotura en la región saturada bifásica. Las roturas grandes se caracterizan por una purga inicial muy rápida y un período muy corto de descarga sub-refrigerada. El fluido corriente arriba de la rotura alcanza condiciones saturadas muy rápidamente. Durante la mayor parte de un transitorio de LOCA de rotura más grande (hasta que el flujo se vuelve sub-crítico), el flujo crítico bifásico es dominante.

La incertidumbre tanto en el modelo de entrada (parámetros de la planta) como en los modelos físicos del código se varía y se combina después de un procedimiento de muestreo aleatorio. En una realización, un procedimiento de Monte Carlo considera el código informático como una caja negra o una función de transferencia entre un conjunto aleatorio para el parámetro de incertidumbre X y la cifra de méritos del análisis, por ejemplo, la temperatura pico de vaina (PCT) y la oxidación local máxima (MLO) como se muestra a continuación.

$$\left\{ \begin{array}{l} PCT \\ MLO \end{array} \right\}_{i=1, \dots, N} = C(t) \left\{ \begin{array}{l} X_1 \\ X_2 \\ \cdot \\ X_h \end{array} \right\}_{i=1, \dots, N}$$

en la que N representa el tamaño de la muestra.

Se desarrolla un procedimiento automatizado que se deriva de, por ejemplo, varios cientos de simulaciones, N , que se ejecutan en paralelo en un clúster de procesadores. Los resultados se analizan con procedimientos estadísticos de orden no paramétrico para obtener el límite de tolerancia superior de las cantidades estimadas.

En una realización, un LOCA de espectro completo se modela y se analiza de acuerdo con el diagrama de flujo como se muestra en la figura 5.

Un modelo de entrada única (por ejemplo, una plantilla) se desarrolla para una planta de energía nuclear de agua ligera a analizar. La plantilla contiene el conjunto de datos de entrada que describe la geometría específica de la planta y las condiciones iniciales y de contorno. Esta información puede obtenerse a partir de los dibujos de diseño detallados, los datos de diseño específicos de la planta y los parámetros de funcionamiento. Las condiciones iniciales y de contorno pueden incluir, por ejemplo, parámetros de diseño de núcleo, parámetros RCS y ECCS, presión y temperatura RCS, volumen de acumulador, temperatura y presión, especificaciones técnicas y similares. Puede reproducirse un modelo geométrico usando unas herramientas de modelado de geometría disponibles conocidas en la técnica. Los datos de entrada suministrados por el usuario se introducen usando una variedad de mecanismos fáciles de usar conocidos en la técnica.

La nodalización o mallado identificado para el modelo de entrada está diseñado para poder aplicarse al espectro completo de escenarios de LOCA. Las opciones de nodalización y de modelo se prescriben en los procedimientos que se desarrollan con la intención de proporcionar consistencia entre el modelo de planta y los modelos usados para describir las SET y las IET para la verificación y validación (V&V) del modelo de evaluación. Por ejemplo, las pruebas prototípicas de haces de varillas combustibles para evaluar la transferencia de calor de núcleo se modelan

con el criterio de dos mallas hidráulicas entre dos rejillas espaciadoras. El mismo criterio se aplica para el modelado de los conjuntos en el núcleo del reactor de un PWR.

La mayor parte de los valores de la plantilla son constantes, sin embargo, hay un pequeño subconjunto de variables de incertidumbre. Los parámetros de modelo y de entrada para los que existe una incertidumbre se introducen como variables que se establecen mediante un procedimiento automatizado. Un procesador de entrada genera múltiples copias de los conjuntos de datos de entrada para la ejecución corriente abajo de múltiples casos de sensibilidad. Las incertidumbres de entrada y de modelo se muestrean aleatoriamente siguiendo un enfoque directo de Monte Carlo y se utilizan procedimientos estadísticos avanzados para desarrollar una declaración de incertidumbre que cumpla con los criterios de la norma 10 CFR 50.46 (tratamiento estadístico automatizado de la incertidumbre para el espectro completo - ASTRUM-FS). El procesador de entrada asigna un valor aleatorio a las variables siguiendo el procedimiento de Monte Carlo. Se realiza un muestreo de Monte Carlo directo de las incertidumbres y se genera una base de datos de atributos de incertidumbre. El intervalo de parámetros de incertidumbre cubre el espectro completo de los escenarios de LOCA desde la LOCA de rotura pequeña a la LOCA de rotura grande. Los atributos de incertidumbre corresponden al tamaño de rotura, tipo de rotura, condiciones iniciales de la planta y de contorno, modelado global y variables de incertidumbre locales. El procesador de entrada extrae los parámetros de la base de datos de incertidumbre, asigna un valor numérico a los parámetros de incertidumbre en la plantilla de entrada, calibra los estados estacionarios y lanza la ejecución de las simulaciones transitorias. Numerosos casos ("N"), tales como, pero no limitado a, varios cientos, se realizan en paralelo en un clúster de procesadores. Un código informático, tal como, pero no limitado al WCOBRA/TRAC-TF2, se usa para calcular la respuesta de la planta a un evento de LOCA para cada uno de los casos.

Como resultado, se obtiene una muestra de la población de LOCA. El tamaño de la muestra se amplía de tal manera que la variabilidad en el predictor se minimiza hasta que sea práctica. Véase la figura 6. La variabilidad del estimador se estima monitorizando el intervalo de confianza alrededor de un cuantil específico de la población.

En una realización, la variabilidad del estimador se estima monitorizando el intervalo de confianza alrededor del 95° cuantil estimado de la población, es decir, la diferencia entre el (95/5) y el (95/95). La clasificación para las estadísticas de orden de tales estimadores es una función del tamaño N de muestra como se muestra en las Tablas 1 y 2.

Como se indica, el tamaño de rotura y el tipo de rotura son unas variables aleatorias. El espectro de tamaño de rotura se divide en dos regiones (Región I y Región II) para lograr una cobertura bien equilibrada (frecuencia de espectro de tamaño de rotura) de todos los tamaños y tipos de roturas y escenarios correspondientes. En modelos de evaluación conocidos, se asume un muestreo de área de rotura uniforme dentro de cada región. Sin embargo, puede considerarse una distribución diferente y más realista del área de rotura y del tipo de rotura. Para cada Regiones I y II, la cifra de méritos relevante se clasifica desde el valor más alto al más bajo. En una realización, la temperatura pico de vaina (PCT) y la oxidación local máxima (MLO) son la cifra de méritos seleccionada. Usando un procedimiento estadístico no paramétrico, el cuantil deseado (por ejemplo, el percentil 95 de la población PCT y MLO) está limitado con el nivel de confianza deseado (normalmente se requiere al menos el 95 % de probabilidad o confianza conjunta por las regulaciones). Para cada una de las Regiones I y II, el cumplimiento con los criterios de la norma 10 CFR 50.46 se demuestra comparando las cifras límite de tolerancia superior con los límites prescritos por la regla.

La subdivisión en las Regiones I y II se sugiere con el fin de obtener una muestra que proporcione una cobertura del espectro de rotura consistente con la regla 10 CFR 50.46 actual (a partir de noviembre de 2010). Sin embargo, puede considerarse una distribución más realista del área de rotura y del tipo de rotura.

El procedimiento estadístico usado anteriormente es una extensión del procedimiento de límite de tolerancia superior tratado por Guba y Makai (Guba, y col., 2003). La derivación se basa en la formulación de límites de tolerancia multivariados no paramétricos, primero probado por Wald (1943) y más recientemente adaptado por Guba-Makai (Guba, y col., 2003) al problema de hacer inferencias de seguridad basadas en la salida de modelos de sistemas complejos. De acuerdo con Guba-Makai, el nivel de confianza unilateral que usa la clasificación más alta como estimador está dado por:

$$\beta = 1 - I(\gamma, N - p + 1, p) = \sum_{j=0}^{N-p} \binom{N}{j} \gamma^j (1-\gamma)^{N-j} \quad (1)$$

En una realización, se consideran dos variables de salida: PCT y MLO. Si se especifica $\beta = 0,95$ y $\gamma = 0,95$, el número N de muestras puede calcularse como 93. La interpretación estadística de este resultado es que si se observa una muestra aleatoria de tamaño N = 93, entonces hay un $\beta = 95$ % de probabilidad de que la proporción de la población para las dos variables de salida consideradas (PCT y MLO para la aplicación específica presentada en el presente documento) tenga un valor por debajo de los valores calculados máximos entre los 93 casos muestreados, γ , es del 95 %.

La extensión considerada en ASTRM-FS es el uso de clasificaciones inferiores que tienden a ser más estables. Si

en lugar del caso extremo (clasificación $k = 1$) se elige una clasificación dada k como un predictor para el nivel de confianza unilateral entonces:

$$\beta = 1 - I(\gamma, N - p - k + 2, p + k - 1) = \sum_{j=0}^{N-p-k+1} \binom{N}{j} \gamma^j (1-\gamma)^{N-j} \quad (2)$$

5 Esta expresión se obtiene considerando ($r_1 = r_2 = \dots = r_p = 0$) y $s_p = Np - k + 2$ en la derivación proporcionada en el papel (Guba y col. 2003).

Si:

$$\binom{N}{j} = \frac{N!}{j!(N-j)!} \quad (3)$$

Entonces, esto puede ampliarse de la siguiente manera:

$$\binom{N}{j} = \frac{N(N-1)\dots(N-j+1)}{j(j-1)\dots 1} = \prod_{l=1}^j \frac{N-l+1}{l} \quad (4)$$

10 La ecuación 2 puede expresarse entonces de la siguiente manera:

$$\beta = 1 - I(\gamma, N - p - k + 2, p + k - 1) = (1-\gamma)^N + \sum_{j=0}^{N-p-k+1} \left(\prod_{l=1}^j \frac{N-l+1}{l} \gamma^j (1-\gamma)^{N-j} \right) \quad (5)$$

La Tabla 1 enumera el diferente estimador/clasificación k -ésimo (estimación del 95° cuantil) y el tamaño de muestra necesario correspondiente para alcanzar el nivel de confianza del 95 % usando la Ecuación 5. Al aumentar el tamaño de muestra, N , hasta el infinito, el estimador será simplemente $k = N/20 (= 0,05*N)$.

15 A medida que se aumenta el tamaño de la muestra para un determinado cuantil y el nivel de confianza, puede usarse una estadística de orden de clasificación inferior con la ventaja de reducir la variabilidad de predictor. Puede extraerse una medida de la varianza examinando, para un tamaño de muestra dado, las clasificaciones k_L y k_U para el límite de tolerancia inferior y superior respectivamente para un cuantil dado. Estos valores pueden calcularse a partir de la Ecuación 5, y se muestran en la Tabla 2 para $\beta = 0,95$ y $0,05$. El intervalo de tolerancia (desde $< 5\%$ a $> 95\%$) es una medida de la variabilidad de predictor $Q_{95/95}$. A medida que aumenta el tamaño de muestra, se espera que el intervalo de tolerancia disminuya en magnitud.

20

Mientras que las realizaciones particulares de la invención se han descrito en el presente documento para fines de ilustración, será evidente para los expertos en la materia que pueden hacerse numerosas variaciones de los detalles sin alejarse de la invención como se expone en las reivindicaciones adjuntas.

Tabla 1 Tamaños de muestra necesarios para diferentes k -ésimos máximos como estimación de 0,95 de cuantil en el 95 % de nivel de confianza

Tamaño N de muestra necesario	Estimador 95/95 con p = 1 Predictor k-ésimo	Estimador 95/95 con p = 2 Predictor k-ésimo	Estimador 95/95 con p = 3 Predictor k-ésimo
59	k = 1	-	-
93	k = 2	k = 1	-
124	k = 3	k = 2	k = 1
153	k = 4	k = 3	k = 2
181	k = 5	k = 4	k = 3
208	k = 6	k = 5	k = 4
234	k = 7	k = 6	k = 5
260	k = 8	k = 7	k = 6
286	k = 9	k = 8	k = 7

25

(continuación)

Tabla 1 Tamaños de muestra necesarios para diferentes k-ésimos máximos como estimación de 0,95 de cuantil en el 95 % de nivel de confianza

Tamaño N de muestra necesario	Estimador 95/95 con p = 1 Predictor k-ésimo	Estimador 95/95 con p = 2 Predictor k-ésimo	Estimador 95/95 con p = 3 Predictor k-ésimo
311	k = 10	k = 9	k = 8
336	k = 11	k = 10	k = 9
361	k = 12	k = 11	k = 10
386	k = 13	k = 12	k = 11
410	k = 14	k = 13	k = 12
434	k = 15	k = 14	k = 13
458	k = 16	k = 15	k = 14
482	k = 17	k = 16	k = 15
506	k = 18	k = 17	k = 16
...
...
...
Infinito	k = N/20	k = N/20	k = N/20

Tabla 2 Clasificaciones k_L y k_U correspondientes a límites inferiores (< 5 % de intervalo de tolerancia) y superiores (> 95 % de intervalo de tolerancia) para diferentes tamaños de muestra para p = 2

Tamaño N de muestra necesario	Estimador 95/5 Predictor k-ésimo	Estimador 95/95 Predictor k-ésimo
59	-	-
93	k = 8	k = 1
124	k = 10	k = 2
153	k = 12	k = 3
181	k = 14	k = 4
208	k = 16	k = 5
234	k = 17	k = 6
260	k = 19	k = 7
286	k = 21	k = 8
311	k = 22	k = 9
336	k = 24	k = 10
361	k = 25	k = 11
386	k = 27	k = 12
410	k = 28	k = 13

(continuación)

Tabla 2 Clasificaciones k_L y k_U correspondientes a límites inferiores (< 5 % de intervalo de tolerancia) y superiores (> 95 % de intervalo de tolerancia) para diferentes tamaños de muestra para $p = 2$		
Tamaño N de muestra necesario	Estimador 95/5 Predictor k-ésimo	Estimador 95/95 Predictor k-ésimo
434	k = 29	k = 14
458	k = 31	k = 15
482	k = 32	k = 16
506	k = 34	k = 17
...
...
...
Infinito	k = N/20	k = N/20

REIVINDICACIONES

1. Un sistema de cálculo adaptado para realizar un análisis de seguridad de un accidente con pérdida de refrigerante postulado en un reactor nuclear para un espectro completo de tamaños de rotura que incluye roturas grandes, roturas intermedias y roturas pequeñas, que comprende:

- 5 un modelo de entrada que incluye nodalizar un espectro completo de tamaños de rotura del accidente con pérdida de refrigerante postulado, incluyendo dicho modelo de entrada un conjunto de datos de entrada que identifica los parámetros del reactor nuclear seleccionados del grupo que consiste en la geometría del reactor, las condiciones iniciales y las condiciones de contorno, y los parámetros del accidente con pérdida de refrigerante postulado, incluyendo dichos parámetros, parámetros constantes y parámetros variables;
- 10 una base de datos de incertidumbre que incluye un muestreo aleatorio de valores de incertidumbre para parámetros específicos que identifican los fenómenos que se espera que se produzcan durante el accidente con pérdida de refrigerante postulado, incluyendo un intervalo de dichos parámetros específicos el espectro completo de tamaños de rotura del accidente con pérdida de refrigerante postulado, de tal manera que se identifica un muestreo aleatorio de los valores de incertidumbre para el espectro completo de tamaños de rotura del accidente con pérdida de refrigerante que incluye roturas grandes, roturas intermedias y roturas pequeñas;
- 15 un procesador de entrada para asignar los valores de incertidumbre para el tamaño de rotura del accidente con pérdida de refrigerante postulado, para extraer los valores de incertidumbre de la base de datos de incertidumbre, para generar un conjunto de datos de entrada que incluya los valores de incertidumbre para el tamaño de rotura y para ejecutar una simulación de accidente con pérdida de refrigerante para cada uno de los valores de incertidumbre; incluyendo dicha simulación de accidente con pérdida de refrigerante una pluralidad de simulaciones transitorias para que se ejecuten en paralelo en un clúster de procesadores,
- 20 en el que los valores de incertidumbre son variados y se combinan siguiendo el muestreo aleatorio y en el que una función de transferencia (C (t)) entre un conjunto aleatorio de valores para el parámetro de incertidumbre X y una cifra de méritos de acuerdo con la temperatura pico de vaina (PCT) y la oxidación local máxima (MLO) se analizan usando la siguiente formulación:
- 25

$$\left\{ \begin{matrix} PCT \\ MLO \end{matrix} \right\}_{i=1, \dots, N} = C(t) \left\{ \begin{matrix} X_1 \\ X_2 \\ \cdot \\ X_h \end{matrix} \right\}_{i=1, \dots, N}$$

en la que N representa un tamaño de muestra; y
un código para calcular una respuesta del reactor nuclear a la simulación de accidente con pérdida de refrigerante para cada uno de los valores de incertidumbre.

- 30 2. El sistema de cálculo de la reivindicación 1, en el que la base de datos de incertidumbre incluye un muestreo de valores de incertidumbre.
- 3. El sistema de cálculo de la reivindicación 2, en el que el muestreo de los valores de incertidumbre se obtiene mediante un enfoque de muestreo aleatorio.
- 4. El sistema de cálculo de la reivindicación 1, en el que el reactor nuclear es un reactor de agua ligera.
- 35 5. El sistema de cálculo de la reivindicación 1, en el que la base de datos de incertidumbre se almacena electrónicamente.
- 6. El sistema de cálculo de la reivindicación 1, en el que el parámetro específico comprende además el tipo de rotura.
- 7. El sistema de cálculo de la reivindicación 6, en el que el tipo de rotura se selecciona del grupo que consiste en una rotura en doble guillotina y una fisura.
- 40 8. Un procedimiento de cálculo para el análisis de seguridad de un accidente con pérdida de refrigerante postulado en un reactor nuclear para un espectro de tamaños de rotura que incluye roturas grandes, roturas intermedias y roturas pequeñas, que comprende:
 - desarrollar un modelo de evaluación;
 - 45 crear una plantilla de entrada que comprenda unos datos específicos de planta del reactor nuclear que incluyen valores constantes y variables, siendo una de las variables el tamaño de rotura del accidente con pérdida de refrigerante postulado, seleccionándose el tamaño de rotura a partir del espectro de tamaños de rotura que incluye roturas grandes, roturas intermedias y roturas pequeñas;
 - introducir la plantilla de entrada en el modelo de evaluación;
 - 50 emplear un procedimiento de muestreo aleatorio para generar una base de datos para las variables y asignar

valores numéricos a las variables, siendo una de las variables el tamaño de rotura para el accidente con pérdida de refrigerante postulado, seleccionándose el tamaño de rotura a partir del espectro de tamaños de roturas que incluye roturas grandes, roturas intermedias y roturas pequeñas;

5 transformar la plantilla de entrada en N modelos de entrada, donde N representa un número de variaciones; ejecutar los N modelos de entrada en paralelo en un clúster de procesadores, incluyendo la ejecución asignar unos valores de incertidumbre al tamaño de rotura;

10 en el que los valores de incertidumbre son variados y se combinan siguiendo el muestreo aleatorio y en el que una función de transferencia (C (t)) entre un conjunto aleatorio de valores para el parámetro de incertidumbre X y una cifra de méritos de acuerdo con la temperatura pico de vaina (PCT) y la oxidación local máxima (MLO) se analizan usando la siguiente formulación:

$$\left\{ \begin{array}{l} PCT \\ MLO \end{array} \right\}_{i=1, \dots, N} = C(t) \left\{ \begin{array}{l} X_1 \\ X_2 \\ \cdot \\ X_h \end{array} \right\}_{i=1, \dots, N}$$

en la que N representa un tamaño de muestra, y obtener unos resultados para cada uno de los N modelos de entrada; post-procesar los resultados; y

15 obtener los méritos estadísticos para demostrar el cumplimiento con los criterios de aceptación del diseño.

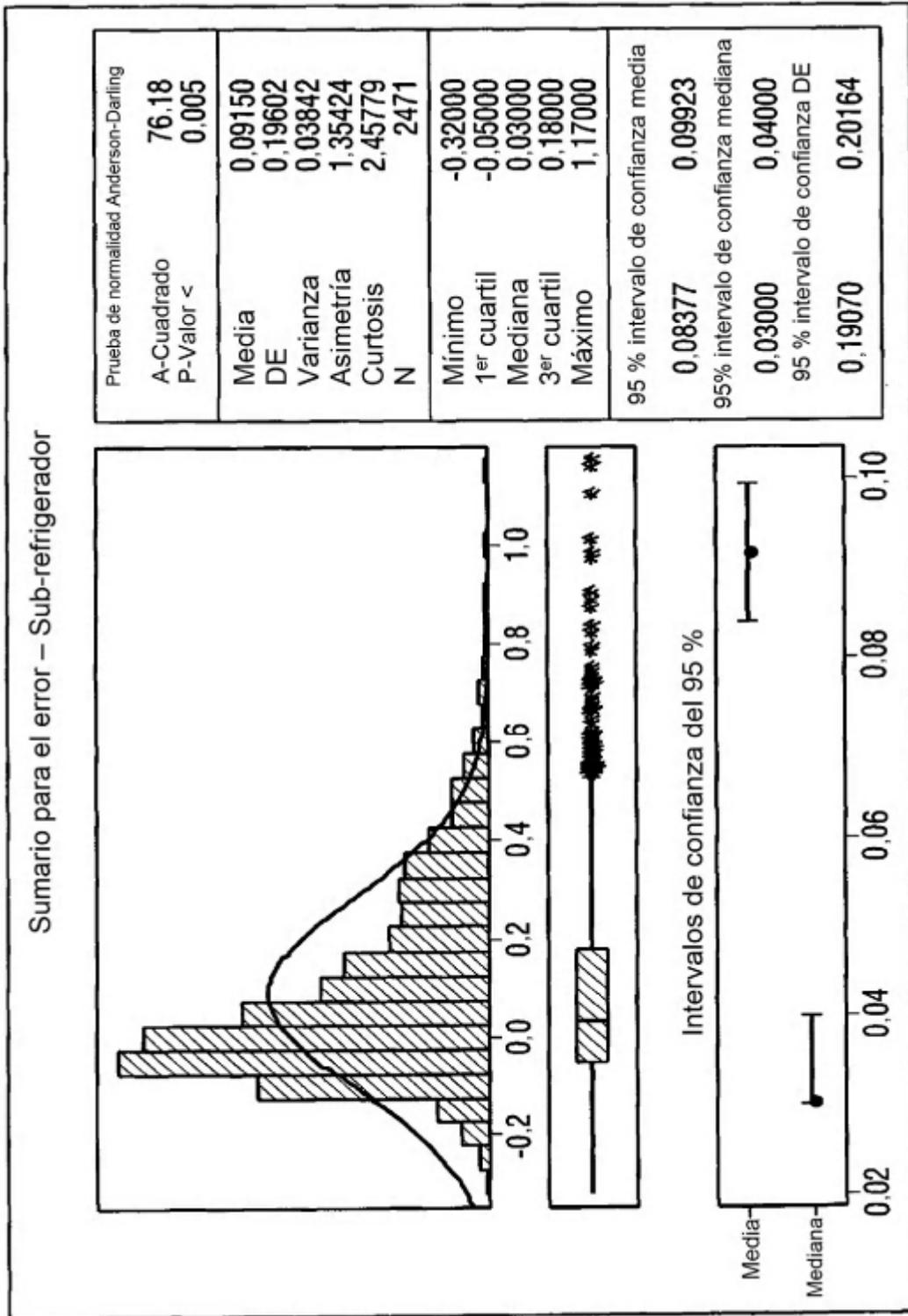


FIG. 1

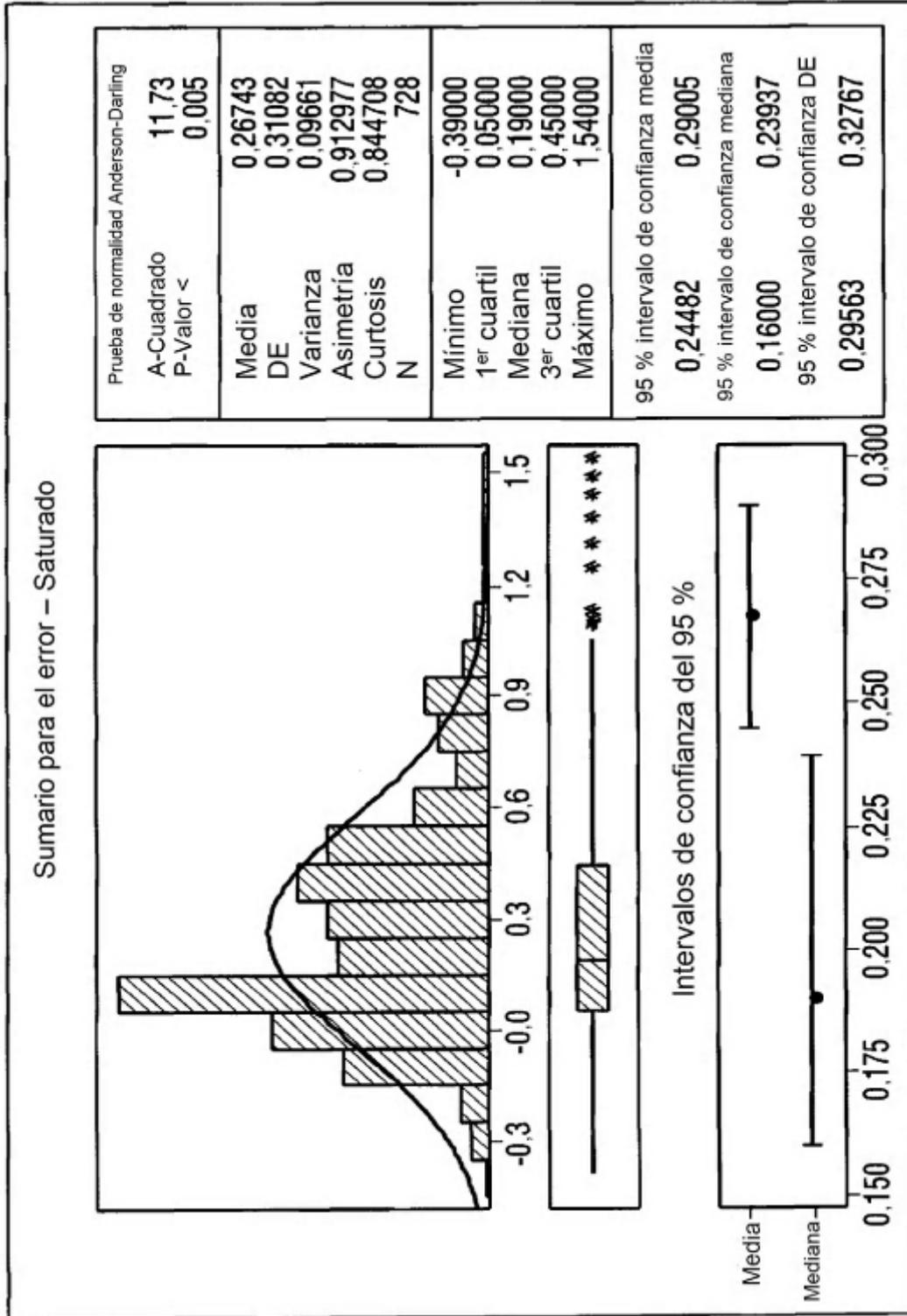


FIG. 2

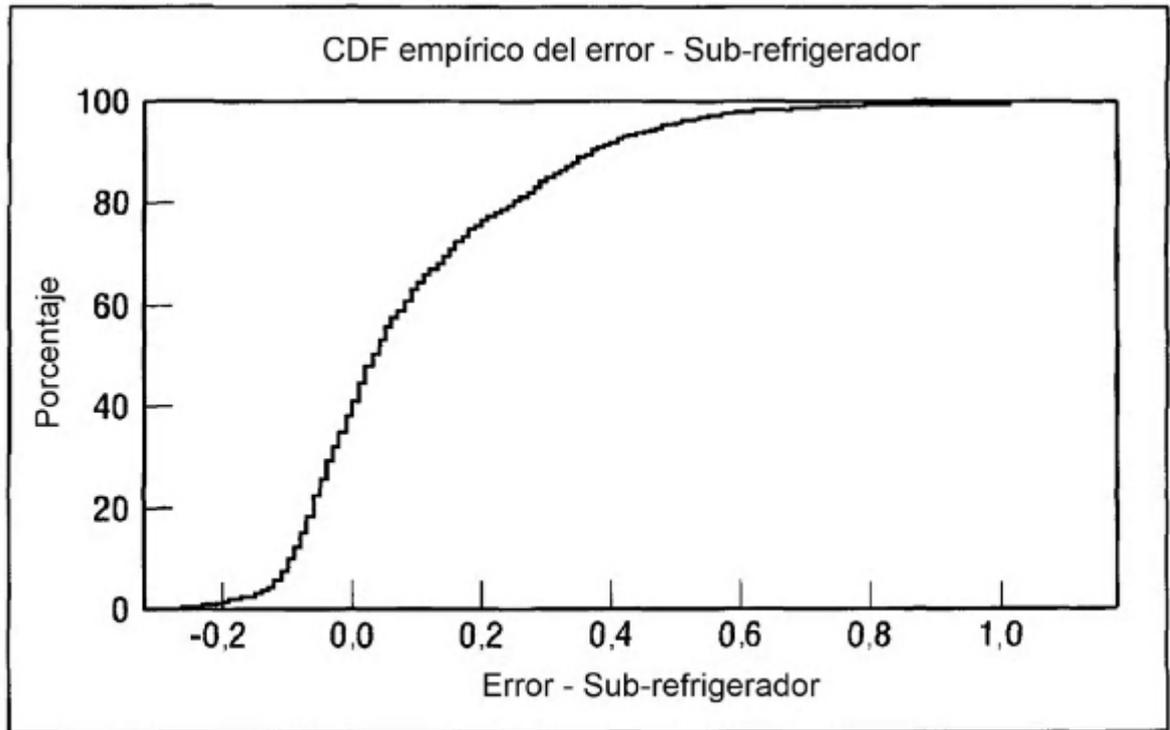


FIG. 3

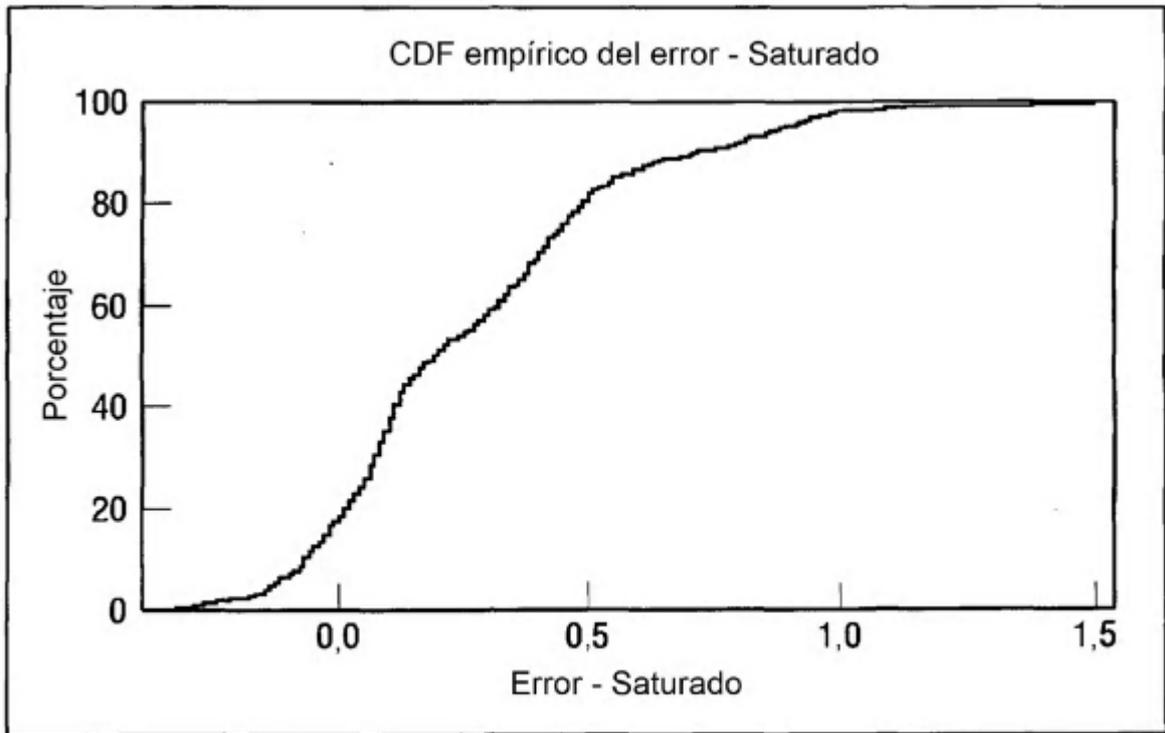


FIG. 4

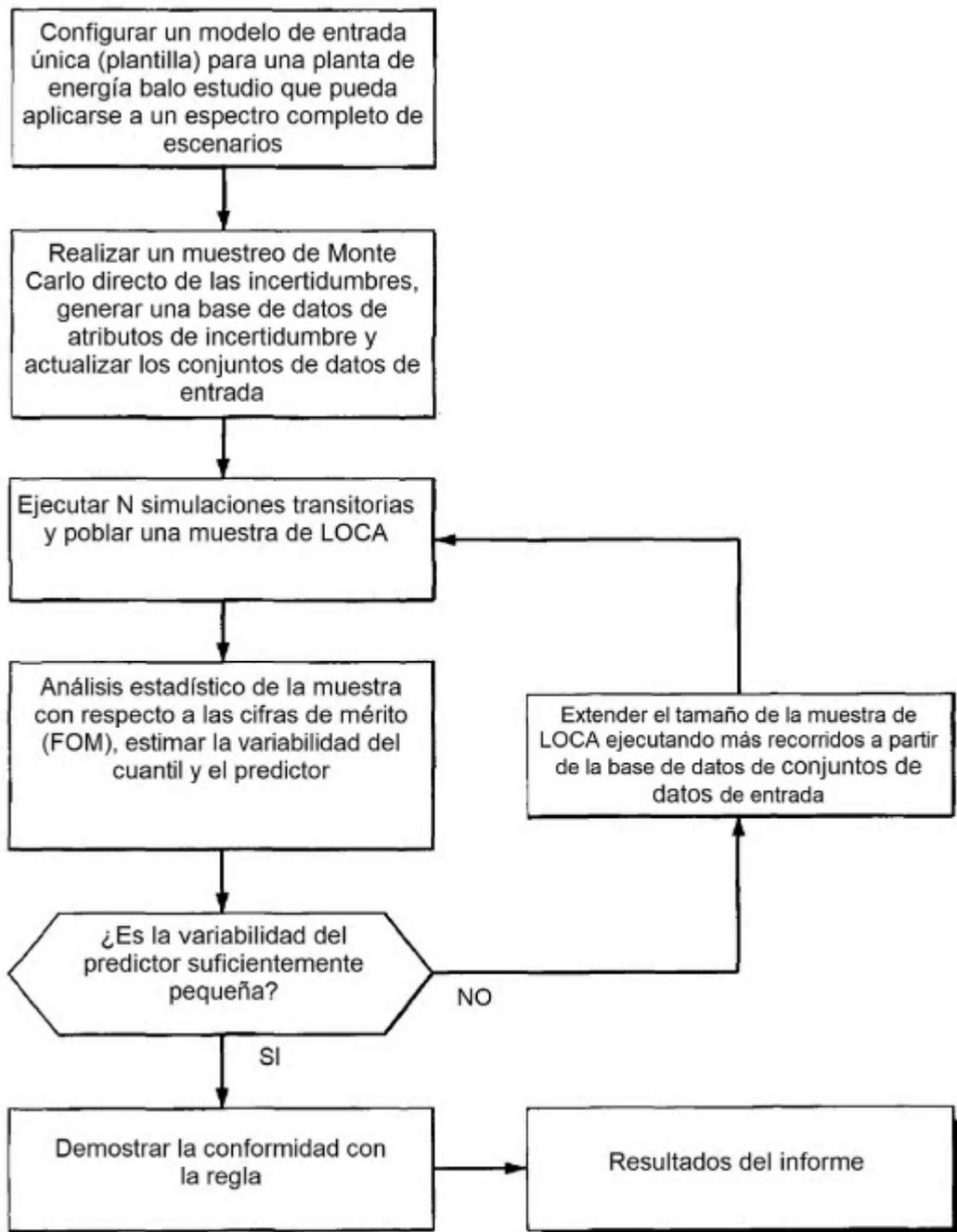


FIG. 5

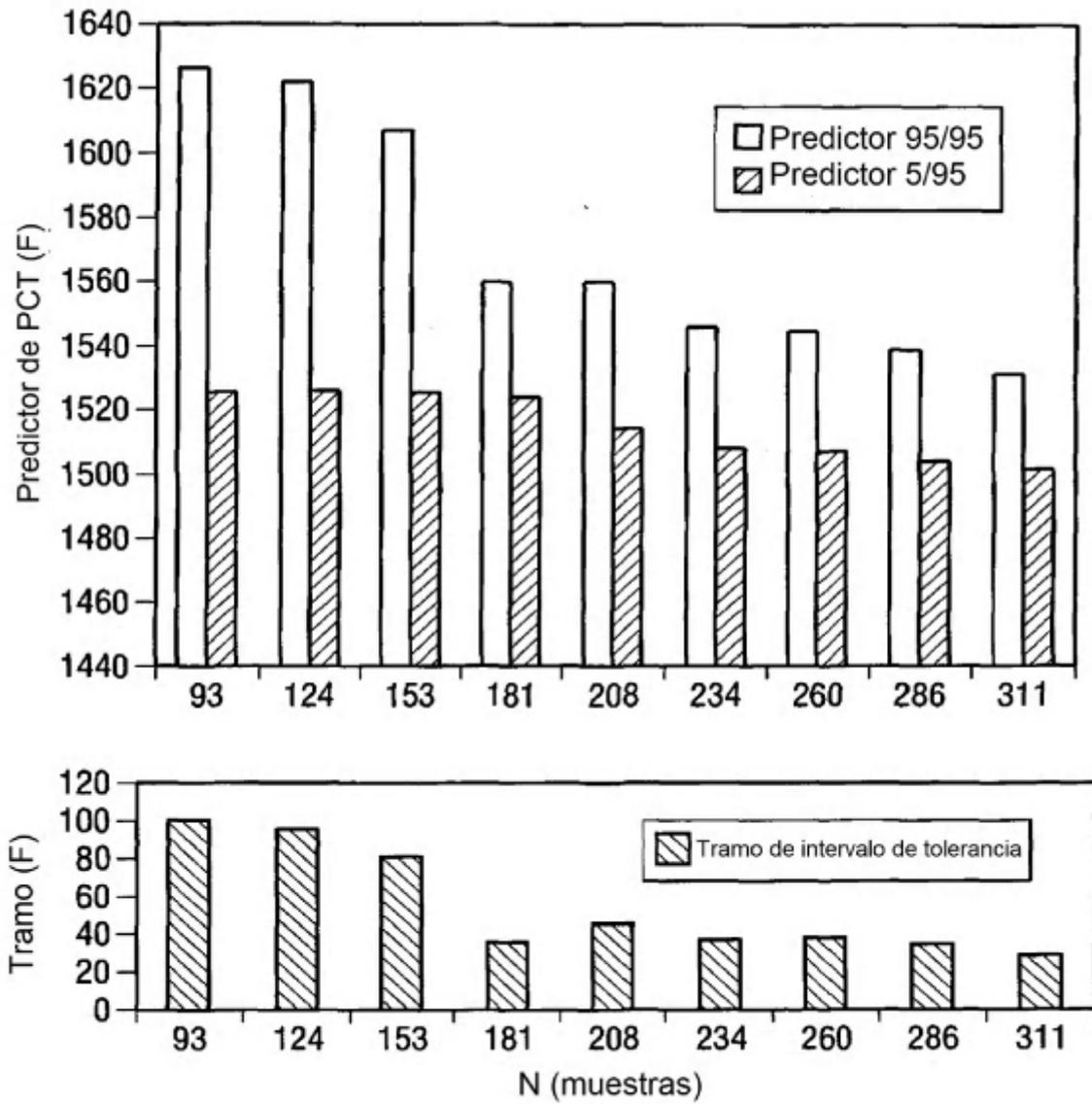


FIG. 6